

百万千瓦级钠冷快堆热工参数研究分析

丁铜伟¹, 陈薇², 王文杰³

(1. 国家国防科技工业局核技术支持中心, 北京 100070; 2. 国家能源局中国核电发展中心, 北京 100045;
3. 中机生产力促进中心有限公司, 北京 100044)

摘要: 百万千瓦级钠冷快堆是一体化闭式循环钠冷快堆核能系统(一体化快堆)必须突破的关键一环, 但是由于某些方面的原因, 国内至今还没有百万千瓦级钠冷快堆机组。中国实验快堆奠定了我国钠冷快堆的基础和范畴, 百万千瓦级钠冷快堆是中国实验快堆的优化和改进, 二者的热传输机理一致, 因此本文借鉴经中国实验快堆验证过的传热模型, 建立百万千瓦级钠冷快堆的传热模型, 并通过中国实验快堆及法国钠冷快堆的运行数据对其准确性进行了验证。同时, 本文参考了国际上钠冷快堆的工艺系统参数, 结合已有的相关研究结果, 在确保反应堆安全的前提下, 着重考虑了系统的可行性、设备制造成本及可靠性, 研究分析了百万千瓦级钠冷快堆的热工参数。确定的热工参数综合考虑了经济性、有效性、安全性和可实现性, 可为我国发展百万千瓦级钠冷快堆提供参考。

关键词: 百万千瓦级钠冷快堆; 热工参数; 一体化快堆

中图分类号: TL334 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2025)S1-0089-07

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0740

Research and Analysis of Thermal Parameter of Million-kilowatt Sodium-cooled Fast Reactor

DING Tongwei¹, CHEN Wei², WANG Wenjie³

(1. Nuclear Technology Support Center, National Defense Technology Industry Ministry, Beijing 100070, China;
2. China Nuclear Power Development Center, National Energy Administration, Beijing 100045, China;
3. China Productivity Center for Machinery Co., Ltd., Beijing 100044, China)

Abstract: The million-kilowatt sodium-cooled fast reactor is a mature and commercially promising reactor type, playing a key role in the integrated closed sodium-cooled fast reactor nuclear energy system (integrated fast reactor). Currently, in China, there is no such million-kilowatt sodium-cooled fast reactor unit because of some special factors. The China Experimental Fast Reactor (CEFR) has formed the basis for sodium-cooled fast reactors in China. The million-kilowatt sodium-cooled fast reactor represents an optimization and improvement of the CEFR, sharing the same heat-transfer mechanism. This study used the heat-transfer model validated by CEFR, and set up the reactor core heat transfer model, heat exchange equipment heat transfer model, thermoelectric conversion model, and ultimate heat sink model for the million-kilowatt sodium-cooled fast. The model was validated using two sets of actual operational data from the CEFR at 40% rated power and 100% rated power, and the relative error of electric power was found to be less than 1.3%. The reactor core heat transfer model was

validated by substituting the core data from the French million-kilowatt sodium-cooled fast reactor (Super Phenix) into the model and comparing the results with the calculated values. The discrepancy between the reactor core flow rate and the actual flow rate is found to be within 2%. These data all confirm the correctness of the model. This paper conducted a thermal parameter research analysis on the million-kilowatt sodium-cooled fast reactor by referencing the process system parameters of overseas large-scale sodium-cooled fast reactors, such as Russian BN-600 and BN-800, and France Phenix and Super Phenix. By integrating relevant international research findings, the study aims to explore and analyze the thermal-hydraulic characteristics of the sodium-cooled fast reactor at the megawatt level, thereby providing theoretical support and practical guidance for the development of sodium-cooled fast reactor technology in China. Under the premise of ensuring reactor safety, with a focus on the safety and reliability of the core, the feasibility of the system, the characteristics of the coolant and materials, the level of equipment manufacturing, and the appropriate reduction of manufacturing costs while lowering thermal efficiency, the thermal-hydraulic parameters of the million-kilowatt sodium-cooled fast reactor were analyzed. Finally, the system pressures for each circuit were determined, and matching of the primary thermal-hydraulic parameters for the primary, secondary, and third circuits was conducted. The calculation results show that, excluding the electricity consumed by the power plant's own operations, the electrical efficiency of the power plant is at least 42.72%. The thermal parameters determined in this paper are more economical, effective, safe, and feasible. They can offer references for the development of million-kilowatt sodium-cooled fast reactors in China, boost the competitiveness of nuclear energy in the power field, accelerate the development of China's integrated fast reactor, and safeguard its rapid growth.

Key words: million-kilowatt sodium-cooled fast reactor; thermal parameter; integrated fast reactor

在核能日新月异高速发展的今天,百万千瓦级钠冷快堆显然已成为一种较为成熟且具有商业化前途的第4代反应堆堆型,更是我国一体化闭式循环钠冷快堆核能系统(一体化快堆)^[1]发展必须突破的关键一环。俄罗斯及法国早已建成 BN-800、Super Phenix 等大型钠冷快堆。但是由于某些方面的原因,国内至今还没有百万千瓦级钠冷快堆机组,成为我国核能发展史上的一大遗憾。

百万千瓦级钠冷快堆按结构类型可分为池式和回路式,池式结构^[2]是将整个一回路系统,即堆芯、钠泵、热交换器等设备均浸泡在液钠内,通过钠泵旋转使池内的钠在堆芯与热交换器之间循环流动。相比回路式结构,除了检修不方便、用钠量多外,基本不存在额外的安全缺陷。因此,国际上除个别最先建造的实验堆为回路式结构外,其余均为池式结构^[3],目前我国运行的中国实验快堆(CEFR)和大功率快堆也均为池式结构^[4]。但是无论采用何种结构,一般都由一回路放射性钠系统、二回路非放射性钠系统和三回路蒸汽动力

转换系统组成,之所以比传统压水堆机组多了一条中间钠回路,根本原因是出于避免钠水反应等安全方面的考虑。为了产生更高品质的核蒸汽,三回路系统的压力及温度都比传统压水堆高,且采用的是直流式蒸发器和过热器及全转速亚临界汽轮发电机组。

国内虽然没有百万千瓦级钠冷快堆机组,但中国原子能科学研究院已建造成中国实验快堆,为我国钠冷快堆技术的发展奠定了坚实的基础,并明确了其研究范畴。本文在借鉴经过中国实验快堆验证的传热模型的基础上,构建百万千瓦级钠冷快堆的传热模型,同时参考国际上大型钠冷快堆的工艺系统参数,结合现有相关研究成果,对百万千瓦级钠冷快堆的热工参数进行深入研究与分析。

1 百万千瓦级钠冷快堆通用传热模型

百万千瓦级钠冷快堆在系统工艺上与传统压水堆机组存在较大差别,且钠的传热特性与水的

传热特性完全不同^[5-6],因此传统压水堆机组的传热模型不能应用。百万千瓦级钠冷快堆热传输系统如图1所示^[7]。

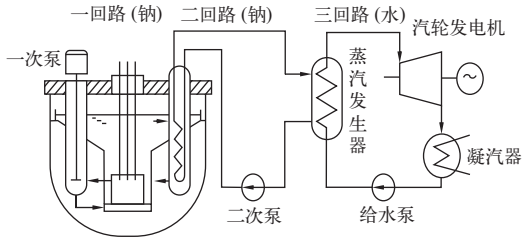


图1 百万千瓦级钠冷快堆热传输系统简图
Fig. 1 Schematic diagram of heat transfer system for million-kilowatt sodium-cooled fast reactor

由于百万千瓦级钠冷快堆与中国实验快堆在堆型、系统、结构、冷却剂等方面基本一致,是中国实验快堆的优化和改进,二者的传热机理是一样的^[8],因此本文借鉴了经中国实验快堆验证过的传热模型^[7],并结合其自身的特点,提出了百万千瓦级钠冷快堆的传热模型。传热模型分为:堆芯传热模型、换热设备传热模型、热电转换模型及最终热阱模型^[7]。

1.1 堆芯传热模型

堆芯传热模型主要模拟将堆芯产生的热量导出,确保反应堆安全。考虑到流过堆芯的一回路冷却剂钠是在定压下运行及其自身的特殊性,因此堆芯传热模型为:

$$M_c c_p \frac{dT_m}{dt} = Q_r - G_c c_p (T_{c1} - T_{c2}) \quad (1)$$

式中: Q_r 为反应堆热功率, kW; M_c 为冷却剂质量, kg; G_c 为冷却剂流量, kg/s; T_m 为冷却剂平均温度, K; c_p 为冷却剂比定压热容, J/(kg·K); T_{c1} 为堆芯出口冷却剂温度, K; T_{c2} 为堆芯入口冷却剂温度, K。

在恒定压力下,钠的比定压热容是温度的二次函数:

$$c_p = 4186.8 \times [0.389352 - 1.10599 \times 10^{-4} \times (1.8T) + 3.41178 \times 10^{-8} \times (1.8T)^2] \quad (2)$$

式中, T 为温度, K。

1.2 换热设备传热模型

换热设备主要包括蒸发器、过热器、中间热交换器、除氧器、再热器、高压加热器和低压加热器等。其中,中间热交换器一二次侧、蒸发器和过热器钠侧、高低压加热器水侧及再热器内的介质均不会发生相变,可采用非相变模型:

$$M_{c,i} c_{p,i} \frac{dT_{m,i}}{dt} = G_{c,i} c_{p,i} (T_{in,i} - T_{out,i}) - kA(T_{m,i} - T_w) \quad (3)$$

式中: $M_{c,i}$ 为换热设备 i 次侧冷却剂质量, kg; $G_{c,i}$ 为换热设备 i 次侧冷却剂流量, kg/s; A 为换热管面积, m²; k 为换热系数, W/(m²·°C); $c_{p,i}$ 为 i 次侧冷却剂的比定压比热, J/(kg·K); T_w 为换热管壁面温度, K; $T_{m,i}$ 为 i 次侧冷却剂平均温度, K; $T_{in,i}$ 为换热设备 i 次侧入口温度, K; $T_{out,i}$ 为换热设备 i 次侧出口温度, K。

蒸发器、过热器、再热器、高压加热器和低压加热器等换热设备均会在水/汽侧发生相变,可采用相变模型:

$$\frac{Vd(\rho' h_{in} + \rho'' h_{out})}{dt} = G'_c (h_{in} - h_{out}) - kA(T_w - T_m) \quad (4)$$

式中: G'_c 为给水流量, kg/s; V 为蒸汽发生器在水/汽侧容积, m³; ρ' 为给水密度, kg/m³; h_{in} 为给水焓值, J/kg; ρ'' 为蒸汽密度, kg/m³; h_{out} 为蒸汽焓值, J/kg。

除氧器为混合式换热器,其换热模型^[3]为:

$$G'_i (h_s - h_i) \eta_d = G (h_s - h_s) \quad (5)$$

式中: G'_i 为供水流量, kg/s; G 为供汽流量, kg/s; η_d 为热能损失系数; h_s 为饱和水焓值, J/kg; h_i 为供水焓值, J/kg; h_s 为蒸汽焓值, J/kg。

1.3 热电转换模型

热电转换装置^[9]为汽轮发电机组,其采用了全转速亚临界汽轮机,模型包括汽轮机及发电机两个模块,其中汽轮机模型为:

$$W = \zeta_1 G_{s1} (h_{in1} - h_{out1}) + \sum_{i=2}^n \zeta_i G_{s,i} (h_{in,i} - h_{out,i}) \quad (6)$$

式中: W 为实际功率, kW; ζ_1 为调节级总效率; G_{s1} 为调节级蒸汽流量, kg/s; h_{in1} 为调节级进汽焓, J/kg; h_{out1} 为调节级排汽焓, J/kg; $G_{s,i}$ 为第 i 压力级蒸汽流量, kg/s; ζ_i 为第 i 压力级总效率; $h_{in,i}$ 为第 i 压力级进汽焓, J/kg; $h_{out,i}$ 为第 i 压力级排汽焓, J/kg。

发电机模型为:

$$P = \psi \cdot \phi \cdot W \quad (7)$$

式中: P 为实际功率, kW; ϕ 为总效率; ψ 为机组总修正系数。

电热转换设备为泵类设备,其原理是泵主轴做功时产生的摩擦热等热量通过冷却剂进入系统中。泵类设备包括一回路钠主泵、二回路钠主

泵、电磁泵、给水泵、前置给水泵、升压泵、凝结水泵及循环水泵等,正常情况下由泵输入到系统中的热量极少,依据火电、中国实验快堆及俄罗斯 BN-600 等核电站的经验数据,一般情况下,泵类输入系统中的热量近似于其轴功率的 80%。

1.4 最终热阱模型

循环水系统是最终热阱,此处的热损耗对所有类型机组的热效率影响均较大,且无法完全回收利用。其模型为:

$$M_x c_p \frac{dT_{xm}}{dt} = G_s c_p (T_{fa} - T_s) - G_x (h_{outx} - h_{inx}) \quad (8)$$

式中: M_x 为循环水质量, kg; G_s 为循环水流量, kg/s; T_{xm} 为循环水平均温度, K; h_{inx} 为循环水侧入口焓值, J/kg; h_{outx} 为循环水侧出口焓值, J/kg; G_x 为乏汽流量, kg/s; T_{fa} 为乏汽温度, K; T_s 为凝结水温度, K。

2 传热模型验证

中国原子能科学研究院建造的中国实验快堆并非简单试验性质的试验堆,其在建设之初就兼顾了核电站的设计理念,某种意义上属于小型核电站的范畴,可以说中国实验快堆奠定了国内钠冷快堆的基础^[10-12]。

将中国实验快堆电功率计算值与测量的实验数据进行对比,如表 1 所列,验证传热模型的正确性。由表 1 可见:中国实验快堆 40% 额定功率实际运行时,电功率计算值为 3.272 MW,与实测值 (3.23 MW) 的相对误差为 1.3%,很好验证了传热模型的准确性;中国实验快堆 100% 额定功率实际运行时,电功率计算值为 17.38 MW,与实测值 (17.6 MW) 的相对误差为 1.25%,进一步验证了传热模型的准确性。

将法国百万千瓦级钠冷快堆 (Super Phenix) 的某工况堆芯数据^[13]代入堆芯传热模型,计算得出的堆芯流量 (16 093 kg/s) 与实际流量 (16 389 kg/s)

的相对误差在 2% 以内,再次验证了模型的准确性。

对于存在的误差,初步分析主要是由仪表测量误差所引起,仪表测量误差不可避免,且对本计算无实质影响。

3 百万千瓦级钠冷快堆热工参数研究分析

为推进我国一体化快堆的设计、审评、建造、运行等工作,本文参考了俄罗斯的 BN-600 及 BN-800,法国的 Phenix 及 Super Phenix 等国外大型钠冷快堆的工艺系统参数,并结合国际上相关的研究结论,开展百万千瓦级钠冷快堆的热工参数研究分析。

3.1 各回路系统压力的确定

由于常压下钠的沸点达到 881.4 °C,相比传统压水堆一回路系统 15 MPa 的运行压力而言,钠冷快堆一回路系统在微正压下运行时,冷却剂出口温度可达到 500~600 °C 且不会沸腾,产生的核蒸汽可达到 500 °C 以上。同时,为了防止事故状态下放射性物质外溢,将非放射性的二回路系统的压力设计成比放射性的一回路系统压力高,一般情况下,综合安全性、可操作性与成本之后,取一回路系统压力 0.1 MPa 左右,二回路系统压力 0.2 MPa 左右,三回路系统的压力则需要结合机组经济性、制造成本及安全性综合考虑,根据各国制造业能力及侧重点的不同,一般取值在 13.0~18.5 MPa 之间^[13]。

3.2 一回路热工参数匹配

由于燃料棒不锈钢包壳的最高温度受蠕变性能所限,一般不能超过 700 °C,所以反应堆堆芯出口处钠温一般不能超过 560 °C。假设堆芯出口处最高温度为 560 °C,此最高温度一般出现在堆芯内区(燃料区),再生区温度在换料初期相对较低,换料末期达到较高温度,但一般会控制在不超过 560 °C,流经控制棒组件、径向屏蔽、旁通和漏流等区域的冷却剂钠温度始终比较低。由于目前国内还没有再生区流量分配的实际相关经验及数据,因此参考美国 CRBRP 的数据^[14]:燃料区分配的流量占总流量的 80% 左右,再生区分配的流量占总流量的 14% 左右,其余为漏流和屏蔽组件等其他组件区分配的流量。据此估算出冷却剂在流经燃料区、再生区等各区后在热钠池内混合后的

表 1 中国实验快堆电功率对比

Table 1 Comparison of electric power of China Experimental Fast Reactor

功率	电功率/MW		相对误差/%
	实测值	计算值	
40% 额定功率	3.23	3.272	1.3
100% 额定功率	17.6	17.38	1.25

平均温度约为 550 °C^[15],堆芯流量为 13 457 kg/s,基于国内外目前的制造技术水平,钠泵最大流量可达到 16 400 m³/h,因此一回路至少需要 3 台主循环钠泵,再综合考虑国内外堆容器及主循环钠泵的制造水平,确定 3 个环路较为合理。

通常,出于安全性和经济性等方面的考虑,钠冷快堆的堆芯入口温度和热钠池温度(即一回路进、出口钠温)分别被设计为 390 °C 和 550 °C 左右。当然,这些参数是随着设计是否保守而有所改变的。由于中间热交换器浸泡在热钠池中,当基本不考虑热量损失时,即主容器保温措施达标,一回路钠泵等转动机械引入一回路的热量与主容器及净化设备的散热量相等时,这两个温度与中间热交换器一回路侧的入口、出口温度相对应。即中间热交换器一回路侧入口、出口温度分别为 550 °C 和 390 °C,计算出的流量约为 13 457 kg/s。再综合考虑设备布置空间、热传输均衡性及国内外中间热交换器的制造水平,1 台主循环钠泵配置 2 台中间热交换器较为合理,因此一回路需要 6 个中间热交换器。

3.3 二回路热工参数匹配

由于一回路设置 3 个环路,一般情况下,出于对应布置及热工安全考虑,一、二回路的环路需一一对应,因此二回路也设置 3 个环路。二回路主要设备为蒸汽发生器、二回路主循环钠泵、阀门等。中间热交换器作为一、二回路的隔离边界,在中间热交换器中,一次钠和二次钠一般是逆向流动的。一次钠和二次钠之间的对数平均温差约为 30~40 °C。经中国实验快堆及法国 Phenix 验证得知,中间热交换器传热管出、入口两侧钠的传热温差控制在 20 °C 左右较为合理可行,因此中间热交换器二回路侧出口温度可达到 530 °C,根据 Phenix、SNR-300、ORBRP 及 BN-600 等大型钠冷快堆试验可知^[13]:中间热交换器二回路侧最经济温升为 200 °C,因此中间热交换器二回路侧入口温度可达到 330 °C,此时其对数平均温差约为 40 °C。

由于中间热交换器和蒸汽发生器通过泵、管道和阀门相连接,理想情况下,当基本不考虑热量损失时,即二回路设备和管道保温措施基本达标,钠泵等转动机械引入二回路的热量与设备散热量相等时,蒸汽发生器钠侧入口温度与中间热交换

器二回路侧出口温度相同,均为 530 °C,蒸汽发生器钠侧出口温度与中间热交换器二回路侧入口温度相同,均为 330 °C。经计算可知,二回路主循环钠泵流量为 10 878 kg/s。再综合考虑蒸汽发生器的布置空间、热量传输的均衡性^[16]及目前国内外蒸汽发生器的制造水平,1 个环路至少要配置 7 台左右的蒸汽发生器较为合理。

3.4 三回路主要热工参数匹配

一般情况下,汽轮发电机组经济性会随着蒸汽压力和温度的升高而增高,超临界机组电效率可达到将近 50%,但考虑到汽轮发电机组及二次热传输系统的成本及安全性,超临界压力装置的经济性不及压力为 16.9 MPa 左右时好^[17],更多的增压没有意义,反而增大了设备的制造难度及系统的成本,同时安全性也会下降。因此最经济的蒸汽压力为 16.9 MPa,最经济的蒸汽温度为 480~510 °C。此时,所用的汽轮机属于亚临界全速汽轮机的范畴。

从机组循环热效率角度来说,最经济的给水温度约为蒸汽发生器运行压力下饱和温度的 65%~75%^[13],当蒸汽发生器运行压力为 16.9 MPa 时,给水的饱和温度为 351.8 °C,因此最经济的给水温度约为 228.7~263.9 °C,在此取中间值 246 °C,即最经济的给水温度为 246 °C 左右,经计算可知,主给水泵流量约为 1 112 kg/s。

在现代电厂中,汽轮机的理想焓值降为 1 000~1 600 kJ/kg,虽然大功率汽轮机都是多级的,内效率可达到 90% 以上,但随着功率的不断增大,大功率汽轮机采用 1 个汽缸已经不能满足功率的需求,所以出现了高、中、低压三缸及多缸的汽轮机,新蒸汽从高压缸排出后经导气管进入中压缸,从中压缸排出后经导气管进入低压缸,再配合汽轮机多级抽汽回热及蒸汽中间再热相组合的热力系统,使蒸汽动力装置的热效率大幅提高,但同时也使装置的复杂性及成本增加,因此往往需要综合考虑,而不能一味地追求很高的热效率。在循环水平均温度为 15 °C 左右时,综合国内的制造水平、成本及使用环境等因素,一般取汽轮发电机组的排气背压为不大于 0.004 9 MPa 左右(最佳理想工况运行时,排气背压可达 0.002 MPa)。经计算可知,热功率为 2 500 MW 电站的电功率可达 1 068 MW。

3.5 热工参数匹配

参数选取和匹配的原则是综合考虑制造水平、使用成本、安全性、可靠性及环境等因素,为实现较高的安全性和可靠性,可以适当牺牲一些热效率。综上可知,在不考虑厂用电情况下,计算可得到电厂的电效率(毛)至少可以达到42.72%,百万千瓦级钠冷快堆热工参数匹配情况列于表2。当蒸汽发生器、汽轮发电机组等设备的制造水平及电站所在区域的温度环境等因素发生改变时,电效率也会有相应的微小变化。

表2 热工参数匹配
Table 2 Matching of thermal parameter

热工参数	数值
反应堆热功率, MW	2 500
电功率, MW	1 068
电效率(毛), %	42.72
一回路压力, MPa	0.1
堆芯出口最高温度, °C	560
热钠池温度/中间热交换器一次侧入口温度, °C	550
堆芯入口温度/中间热交换器一次侧出口温度, °C	390
堆芯流量, kg/s	13 457
一回路主泵数量, 台	3
中间热交换器数量, 台	6
二回路压力, MPa	0.2
中间热交换器二次侧出口温度/蒸发器钠侧入口温度, °C	530
二回路主循环泵流量, kg/s	10 878
蒸汽发生器数量, 台	21
三回路压力, MPa	16.9
蒸汽发生器水侧出口蒸汽温度, °C	510
蒸汽发生器水侧入口给水温度, °C	246
三回路主给水泵流量, kg/s	1 112
汽轮机排气背压, MPa	≤0.004 9
循环水平均温度, °C	15

以上分析中采用的一、二回路钠温、蒸汽压力、温度、汽轮机排气背压等参数的选取是依据国内目前技术可以实现的前提下选取的,由于各设备制造厂的制造能力不同会略有改变,循环水温度等参数的选取依据核电站厂址的不同而有改变,同时各国的国情、技术实力、设备制造能力、环境及用途等的不同,计算结果均会有微小变化,这是一个综合性的匹配问题,可以根据实际情况

稍加调整,但其方法适用于所有钠冷快堆。

4 结论

由于某些方面的原因,目前国内仍没有百万千瓦级钠冷快堆,成为我国一体化快堆发展的一大痛点和掣肘。本文建立了百万千瓦级钠冷快堆的通用传热模型,用堆芯传热模型计算的法国 Super Phenix 的堆芯流量与实际流量相比,相对误差在2%以内,很好地验证了堆芯传热模型的适用性;用传热模型计算的中国实验快堆参数与实测值相比,相对误差在1.3%以内,进一步验证了传热模型的适用性。

本文参考了俄罗斯的 BN-600 及 BN-800、法国的 Phenix 及 Super Phenix 等国外大型钠冷快堆的工艺系统参数,并结合已有的相关研究结论,在保证热工安全的前提下,采用最经济、安全、可行的参数,确定了百万千瓦级钠冷快堆的热工参数,计算出了各回路冷却剂的最佳流量、温度、压力,以及主设备的数量等重要参数。在匹配热工参数时,本文依据钠冷快堆的特点,着重考虑了堆芯的安全性、系统的可行性、冷却剂和材料的特性、设备的制造能力及成本等方面,确定的热工参数是经济、有效、安全和可实现的,可为我国百万千瓦级钠冷快堆的设计、审评、建造及运行提供参考,提高核能的社会竞争力,携手助力我国一体化快堆进入发展的快车道,为我国一体化快堆的高速发展保驾护航。

参考文献:

- [1] 张东辉, 乔鹏瑞, 杨勇, 等. 中国快堆及先进核燃料循环体系发展战略思考[J]. 原子能科学技术, 2019, 53(10): 1816-1820.
ZHANG Donghui, QIAO Pengrui, YANG Yong, et al. Strategic thinking on development of China fast reactor and advanced nuclear fuel cycle system[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, 53(10): 1816-1820(in Chinese).
- [2] 徐铄, 杨红义. 钠冷快堆及其安全特性[J]. 物理, 2016, 45(9): 561-568.
XU Mi, YANG Hongyi. Safety properties of sodium-cooled fast reactors[J]. Physics, 2016, 45(9): 561-568(in Chinese).
- [3] 张东辉, 王松平, 代智文. 国际快堆发展综述[J]. 原子能科学技术, 2024, 58(增刊): 265-270.

- ZHANG Donghui, WANG Songping, DAI Zhiwen. Review on development of sodium-cooled fast reactor worldwide[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2024, 58(Suppl.): 265-270(in Chinese).
- [4] 徐铤. 我国快堆技术发展的现状和前景[J]. *中国工程科学*, 2008, 10(1): 70-76.
- XU Mi. The status and prospects of fast reactor technology development in China[J]. *Strategic Study of CAE*, 2008, 10(1): 70-76(in Chinese).
- [5] 邢继, 王辉, 吴宇翔, 等. 压水堆技术后续发展的思考[J]. *哈尔滨工程大学学报*, 2021, 42(12): 1707-1713.
- XING Ji, WANG Hui, WU Yuxiang, et al. Consideration on follow-up development of pressurized water reactor technology[J]. *Journal of Harbin Engineering University*, 2021, 42(12): 1707-1713(in Chinese).
- [6] 杨红义, 薛秀丽, 周志伟, 等. 钠冷快堆关键热工水力问题研究现状及展望[J]. *原子能科学技术*, 2024, 58(9): 1797-1816.
- YANG Hongyi, XUE Xiuli, ZHOU Zhiwei, et al. Research progress in key thermal-hydraulic issue of sodium-cooled fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2024, 58(9): 1797-1816(in Chinese).
- [7] 丁铜伟, 吴纯良, 吴强, 等. CEFR 热传输及发电能力分析[J]. *原子能科学技术*, 2013, 47(10): 1773-1777.
- DING Tongwei, WU Chunliang, WU Qiang, et al. Analysis of heat transfer and power generation capacity for CEFR[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2013, 47(10): 1773-1777(in Chinese).
- [8] 杨世铭, 陶文铨. *传热学*[M]. 3 版. 北京: 高等教育出版社, 1998: 201-207.
- [9] 曹祖庆. *汽轮机变工况特性*[M]. 北京: 水利电力出版社, 1991: 99-105.
- [10] 张东辉, 杨洋, 赵佳宁. 中国实验快堆的主要技术创新和工程经验[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(增刊): 194-198.
- ZHANG Donghui, YANG Yang, ZHAO Jianing. Main technical innovation and engineering experience of China Experimental Fast Reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(Suppl.): 194-198(in Chinese).
- [11] 杨红义, 过明亮. 中国实验快堆的设计创新与实现[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(增刊): 199-205.
- YANG Hongyi, GUO Mingliang. Design innovation and realization of China Experimental Fast Reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(Suppl.): 199-205(in Chinese).
- [12] 余华金, 李文宏, 王兵, 等. CEFR 主工艺系统和设备的特点、设计和力学分析[J]. *原子能科学技术*, 2008, 42(增刊): 484-489.
- YU Huajin, LI Wenhong, WANG Bing, et al. Characteristics, design and mechanical analysis of CEFR main process system and equipment[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2008, 42(Suppl.): 484-489(in Chinese).
- [13] 连培生. *原子能工业*[M]. 2 版. 北京: 原子能出版社, 2002: 149-155.
- [14] KAMBOJ B K, GHIAASIAAN S M, ABDEL-KHALIK S I. Two-phase flow and heat transfer in a once-through steam generator during auxiliary feedwater injection[J]. *Nuclear Technology*, 1992, 100(3): 347-360.
- [15] 丁铜伟, 董博, 张强, 等. 钠冷快中子增殖堆安全监管重要关注点探讨[J]. *核动力工程*, 2016, 37(增刊 1): 127-130.
- DING Tongwei, DONG Bo, ZHANG Qiang, et al. Discussion on important concerns of safety supervision of sodium-cooled fast breeder reactor[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2016, 37(Suppl.1): 127-130(in Chinese).
- [16] 肖常志, 杨红义, 张大林, 等. 快堆钠-水蒸汽发生器热工水力稳态综合性能研究[J]. *原子能科学技术*, 2024, 58(2): 328-336.
- XIAO Changzhi, YANG Hongyi, ZHANG Dalin, et al. Study on thermal-hydraulic steady-state comprehensive performance of fast reactor sodium-water steam generator[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2024, 58(2): 328-336(in Chinese).
- [17] 《快堆研究》编辑部. *快堆研究*[M]. 北京: [出版者不详], 1985: 325-326.